

欧米主要諸国における原子力発電の開発は着実に進展し、それぞれの国情に即した炉形で原子力発電を開発し、在来火力プラントと競合できるところまで達しており、さらに低コストの本格的発電に向って前進を続けている。名実ともに原子力発電時代に突入したといえる。

一方、わが国は昭和41年3月に通産省総合エネルギ調査会から、 わが国の電力需要の見通しとエネルギ資源面についての中間報告書 が発表されたが、それによれば昭和50年度の原子力発電規模は500 万kW、60年度は3~4,000万kWと原子力発電が急速に大きな役 割を占めることが推論されている。電力界も原子力発電を意欲的に 採用する方向を示している。すなわち、日本原子力発電株式会社の 東海発電所の正式営業運転、敦賀発電所の着工に引き続いて、関西 電力株式会社、東京電力株式会社のそれぞれに対し原子力発電所設 置の安全審査が進められている。そのほか、各電力会社でも積極的 に設置計画を発表するとともに慎重にその検討が進められている。

かかる客観状勢から原子力委員会は新たな決意をもってわが国の動力炉開発についての基本方針を内定し、昭和42年度中に本格的活動に入ることを目途とした動力炉開発臨時推進本部を設置し、総合的かつ具体的計画の立案に着手し、動力炉開発の第1歩を踏み出した。さらに昭和36年に策定された原子力開発利用長期計画を改定する基本方針も内定し、それにもとづいて原子力発電の積極的推進、動力炉の自主開発、核燃料その他わが国の原子力開発利用全般にわたる推進を前提に昭和60年度までの開発長期計画策定の審議が行なわれている。このようにわが国の原子力開発も大きく飛躍するための国家的基本方針が打ち出されたので、官民一体となって動力炉開発を推進する体制づくりと商用原子力発電所の設置が具体化するようになった。

原子力船開発も日本原子力船開発事業団を中心に進められている海洋観測船は国産炉を搭載することを確認し,42年度より着工することに決定した。

このようなわが国の原子力開発の情勢の中で日立製作所は,工場,

研究所の緊密な協力のもとに築かれた多方面にわたる総合技術をもとにして数々の要望にこたえた。製造部門では、日本原子力発電株式会社敦賀発電所(BWR形,325 MWe)、東京電力株式会社福島発電所(BWR形,400 MWe)の原子力発電プラントを受注したアメリカGE社の従契約者として、プラント主要機器を担当し、それらの設計製作に全力を傾注している。これらの商用原子炉についての経験から得られる技術は近い将来の動力炉国産化に直接結びつくものとして注目されている。日本原子力研究所の材料試験炉(JMTR)は原子力関係5社共同で43年完成を目標に順調に進められているが、炉心の静的、動的性能を試験するモックアップ装置は日本原子力事業株式会社と日立製作所が共同でまとめ納入された。また日本原子力研究所にナトリウム予備循環試験装置を納入したが、本装置は高速増殖炉開発上重要なNa技術習得に大いに役立つことが期待される。そのほか、原子船臨界装置燃料棒、JPDR-II 燃料棒や原子力関連機器をはじめ加速器など数多くの製品を納入した。

次に研究部門では、関係工場と密接な協力のもと、原子力発電所の設計、製作上の問題の解明、とくにプラントの安全性に関する研究については、積極的に開発を進め、その成果の一部は公表され関係者より高く評価されている。また将来の原子炉としての核過熱炉をはじめ新形転換炉、高速増殖炉の基礎研究も引き続き発展された。

これらの研究のうち次のものについては昭和41年度の政府の原 子力平和利用委託費および補助金を受けている。

「原子炉のパルス運転による反応度事故解析に関する試験研究」 「液体金属ナトリウム用機械式ポンプに関する試験研究」

「放射性ヨウ素除去用フィルタに関する試験研究」

「濃縮ウランスパイク形二酸化ウラン振動充てん燃料の照射に関する試験研究」

以上のほか、MHD発電に関する研究も通産省の大形プロジェクトとしての委託研究を受託し、長時間運転装置の試作研究を行なっている。

日

■ 日本原子力研究所納 材料試験炉 (JMTR) モックアップ装置の製作

日立製作所は材料試験のモックアップ装置として、模擬炉心構造物一式および模擬制御要素7本を日本原子力研究所に納入した。本装置は昭和43年初めに臨界を予定されている材料試験炉の実物大模型である。

材料試験炉は、原子炉用材料の照射試験を行なうために設置されるもので、中性子束がきわめて高く出力密度も大きいという特長を有し、このため設計条件が非常にきびしくなっている。日本では初めての種類の原子炉なので、構造、寸法精度などを調べる静的試験ならびに冷却水の流動状態、振動などを調べる動的試験を行なって

表1 模擬炉心構造物の部品

名 称	員	数	主	要 材	質
格子板支持	体 1	式	炭	素	鋼
格子	板 1	式	炭	素	鋼
アルミニウム	枠 1	式	アル	=	ウム
ベリリウム	枠 1	式	アル	₹ =	ウム
ガンマ線遮へい	体 3	個	{ア ル 鉛	: =	ウム
内 部 タ ン	2 1	式	炭	素	鈳

設計条件を決定する必要があり、実物大のモックアップ装置が製作された。これは材質のみ本体と異なるがほかはすべて本体と同一である。

炉心構造物は核反応を起す炉心部(直径 1,560 mm ∮ 高さ 800 mm) の支持および位置決めをするための機器で、模擬炉心構造物は表 1 の部品より構成されている。表 2 には模擬制御要素の部品の構成を示した。

モックアップ試験の結果,本体の設計条件,製作方法,製作精度 などに関する貴重なデータを得ることができ,実験炉製作技術上大 きな成果を収めた。

前頁の写真はこの装置の炉心部を真上から見たものである。

表2 模擬制御要素の部品

ŕ	3		称		員	数		主	要	材	至	Ţ
中性	主 子	吸	収	体	7	個	不		鈖	E.		鋼
燃料	斗 フ	オ	p	ワ	5	個	7	ル	3	=	ウ	ム
ベリ	リウ・	ムフ	オロ	ワ	2	個	7	ル	3	=	ウ	ム
連	ŕ	古		部	7	個	7	ル	3	=	ウ	ム
案	P	勺		管	7	個	7	ル	3	=	ウ	厶
案	内介	音	押	克	1	個	炭		寻	₹		鋼
案	内 1	管	受	座	11	個	炭		录	Ę		鋼

■ JMTR 制御棒駆動装置用 低周波発生装置

本装置は,現在茨城県大洗に,建設中の日本原子力研究所の材料 試験炉(JMTR)の微調整安全棒用駆動装置の試作品として製作され たものである。

材料試験炉に使用される制御棒駆動機構は、当初軸封形が用いられる予定であったが、日立製作所が独自で開発した無漏えい密封形が、その性能の優秀さを買われて採用されることになった。密封形制御棒の場合駆動電動機はリラクタンスモータが使用されるが、その電源として可変低周波発生装置が必要である。また微調整安全棒の場合、原子炉出力自動制御系に用いられるため、周波数精度および応答性が高いことが要求される。この諸要求に対し、今回完成した低周波発生装置は、誤差信号増幅器として、トランジスタ演算増幅器(TOA)を用い、主増幅器として、交流制御用SCR(FLS)をプッシュプル接続した、全半導体化増幅器を用い二相サーボ・モータを駆動している。二相サーボ・モータの負荷に低周波発生装置を接続し、サーボ・モータの回転数に比例した低周波を発生する。この低周波発生装置は直流電圧を入力とし、三相正弦波を発生するよう巻かれた関数抵抗器を、サーボ・モータにてしゅう動することによって得られる。

原子炉用として特に堅ろうな構造に製作されているが、それにもかかわらず良好な速応性、安定性にすぐれている。この方式の制御棒駆動装置は、わが国初めてのもので、JMTR用に9セットを製作中である。本装置の概略仕様は下記のとおり。

入力信号 0~±10V DC

発生周波数 0~6.67 c/s 連続可変(正逆相回転)

発生電圧 80V(波高値)
容 量 10A(波高値)
周波数精度 ±3%以下
応 答 性 200 msec 以下

50 W 二相サーボ・モータ駆動

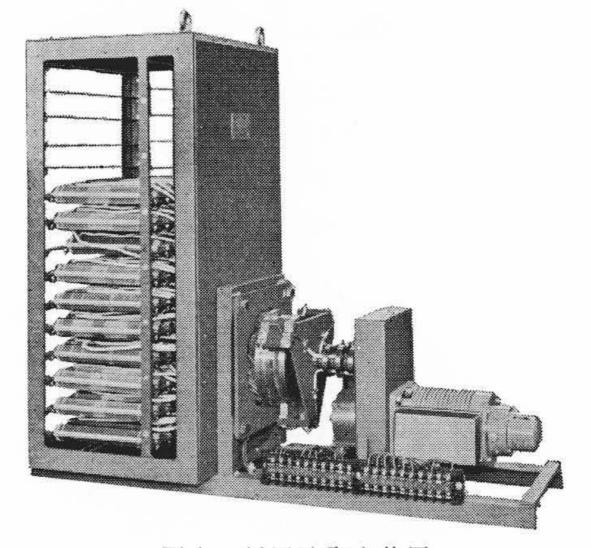


図1 低周波発生装置

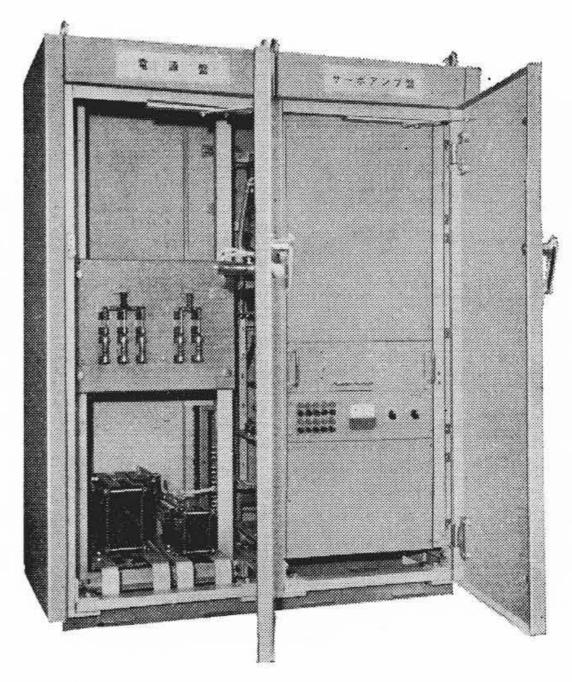


図2 電源盤およびサーボ・アンプ盤

17

■ 日本原子力研究所納 国産一号炉 (JRR-3) 気送管

短寿命の放射性同位元素(R.I.)を作成したり、短時間の試料照射を行なうためには一般にはサンプルを入れたカプセルを気送管により炉心にそう入して行なう。既存のJRR-3の気送管は直径 $27 \,\mathrm{mm}\,\phi$,長さ75 $\mathrm{mm}\,\phi$ のカプセルを圧縮空気で作動させているが、カプセルをそう入する場所と照射後送り帰す場所とが異なるため、管路の途中に通路変換機を設け、任意の場所に管路を切り換えてカプセルを送るようにしてある。だがこの通路変換機の操作が手動であり、また照射中カプセル冷却のため常に空気を送り続けなければならないため、照射時間をタイマで設定しても、自動的に取り出すことには不便であった。

この系統を自動化するために通路変換機をモータ駆動とし、ゼネバ機構を採用して指示された通路に正確に合わせることができるようにしてカプセルのそう入時に照射時間とカプセルの取出し先を指示しておけば自動的に照射、取出しが行なわれるようになる。

操作は次の順序で行なわれる。

(1) カプセルを管路に入れ、照射時間、返送先を設定し、操作ボタンを押すと電磁弁が開き、カプセルは炉心に送られる。

- (2) カプセルが炉心に到達したことを光電管で検知し、自動的 にそう入空気を冷却空気に切り換える。
- (3) 所定の時間照射後冷却空気が停止し、通路変換機が所定の位置に合わされる。
- (4) 送り帰し空気の電磁弁が開き、カプセルが返送され、光電管により到達を検知して空気を止め、通路変換機をそう入の位置に戻す。

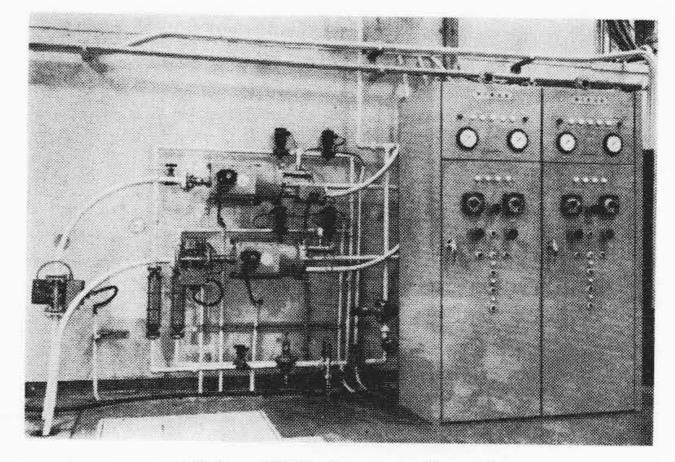


図1 JRR-3 気 送 管

■ 高温高圧流通形 気体反応装置の製作

放射線化学は最近各国で研究が進められているが、わが国では工業化に必要な放射線工学や照射線源の研究開発の点で立遅れ、このギャップをなくすため各方面でその研究開発が進められている。

本装置は、わが国ではじめての原子炉を使用する放射線化学の研究設備として東京原子力産業研究所 (TAIC 研)に納入されたものである。

装置は同所がもつ100kWスイミングプール形原子炉(HTR)の炉心付近に触媒を充てんした反応容器を設置し、原子炉の中性子、7混合放射線下でエチレン、水素混合ガスを常温常圧から高温高圧の状態で触媒接触反応を行なわせ、エタンなどを生成するとともに触媒の機能などの研究を行なうためのものである。装置は、ガス圧縮機、ガス精製装置、加熱器、反応容器、沪過器、汚染ガスタンクなどの機器とこれらを結ぶ配管弁類、計測器などからなる。

本装置は主要部が原子炉内に設置され、また反応系のエチレン、 水素はいずれも可燃爆発性であるので、これらに対しては次のよう な考慮が払われている。

(1) 直接放射線の照射をうける機器は、誘導放射能を低くする ため十分小形化した。

- (2) 爆発に備えて十分な耐圧強度をもたせた。
- (3) 圧力上昇に対して二重の安全装置を設けた。
- (4) 流体が外部に漏えいしないような構造とした。 本装置のおもな仕様はつぎのとおりである

流体 エチレン+水素 (混合比 1/9~9/1)

最大流量 750 l/h (NTP)

最高使用圧力 $25 \, \mathrm{kg/cm^2}$ (一部は $50 \, \mathrm{kg/cm^2}$) 耐圧試験圧力 $100 \, \mathrm{kg/cm^2}$ (一部は $250 \, \mathrm{kg/cm^2}$)

最高使用温度 350℃

図1は本装置の原子炉室内設置機器の外観を示したものである。

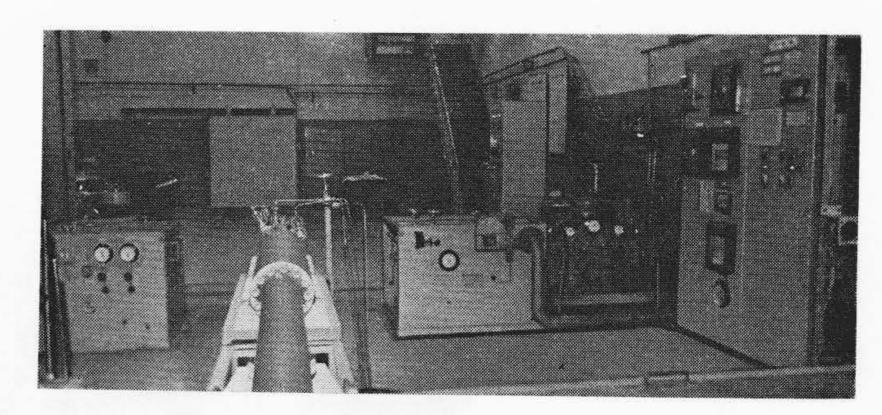


図1 高温高圧流通形気体反応装置の原子炉室内設置機器

■ スタッドテンショナーの試作

最近大形原子炉圧力容器フランジのボルト締付け作業には、スタッドテンショナーが使用されるようになってきた。大形フランジに対してはボルトの締付けトルクが大きくなるため、スパナは使用できなくなり、従来は一般にボルトヒータによって、ボルトを加熱伸長してナットを進め、冷却することによってボルトに引張応力を与える方法がとられていた。この方法に比べてスタッドテンショナーは、フランジ締付け時間を非常に短縮できるとともに、精度良く締付けることができる。

スタッドテンショナーはその構造が比較的簡単であるにもかかわらず、日本ではまだ市販されるに至っていない。また多くの外国特許による制約を受けている。日立製作所ではこれの持つすぐれた点に早くから着眼し、試作研究の結果日立独自のスタッドテンショナーを実用化の域にまで達せしめることができた。今回日本原子力発電株式会社2号炉敦賀発電所の原子炉圧力容器に採用される予定となったものである。

スタッドテンショナーは、所定の荷重になるまでスタッドボルトを引き延ばしておいてナットを締付ける、油圧ジャッキーのようなもので、スタッドボルトに対して非常に高い引張力を発生させる。

18

この引張作動中に、スタッドボルトとシリンダピストンからなる引 張体との間の軸線の食い違いからくる, スタッドボルトに加えられ る望ましくない曲げ荷重をいかに軽減させるかが、スタッドテンシ ョナー設計にあたっての重要なポイントとなる。

またボルトネジの伸張によって、ナットとボルトの間にピッチ誤 差が生ずるので、ネジの有効径間げきと高荷重に耐えるネジのかみ 合い寸法などに、考慮がはらわれなければならない。さらにボルトに は比較的小さな伸びによって大きな引張荷重が発生することから, 伸びを正確に測定し過荷重の加わらないような注意が必要である。

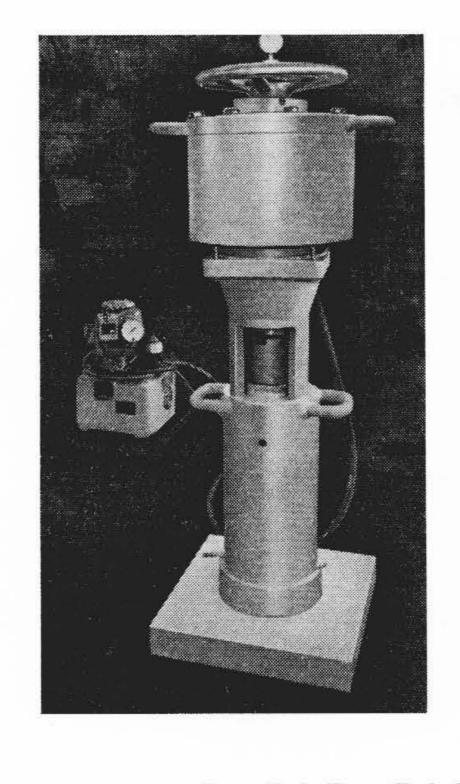
試作品の仕様は次のとおりである。

(1) ボルト径 3½"(特殊8山, GEネジ)

(2) 油圧ポンプ出力 700 kg/cm²

(3) シリンダ発生力 235,000 kg

エクステンションメータ (4) 伸び測定方法 (ダイヤルゲージ)



評

1/

日

論

図1 完成した 試作スタッドテンショナー

■ ディジタル方式による 原子炉の自動起動制御

日立教育訓練用原子炉 HTR を対象として、自動起動制御をディ ジタル計算制御システムによって実現する方式を開発した。本研究 の進め方として, 単能原子炉周期計算システムによる自動起動実験 を第1段階とし、次いで単能計算システムの部分を通常の制御用計 算機 (HITAC 501 A) で置き換えて、自動起動、運転、停止のシー ケンス制御を行なわしめる段階を第2段階とし、さらに運転中の性 能計算,緊急停止などのためのフローチャートを開発しながら, BWR形原子力発電所を対象として計算機制御の実現へと発展せし める方針である。

開発した計算制御システムは, 検出器部, 計算機部, サーボ増幅 器部,制御棒駆動機構部,制御要素部およびインタロック回路部の 6部に大別されるが、計算機部においては検出器部から入って来る

パルスを計数記憶し, それ に基づいて原子炉出力およ び原子炉周期を計算し、パ ルス計数率をあらかじめ設 定した上下限値と比較して 検出器を自動的に選択し, さらに制御量を演算してサ ーボ増幅器部へ制御電圧を 供給する。サーボモータの 回転が上下運動に変換され て制御棒の引抜き差し込み が行なわれる。図1にシス テムの写真を示す。

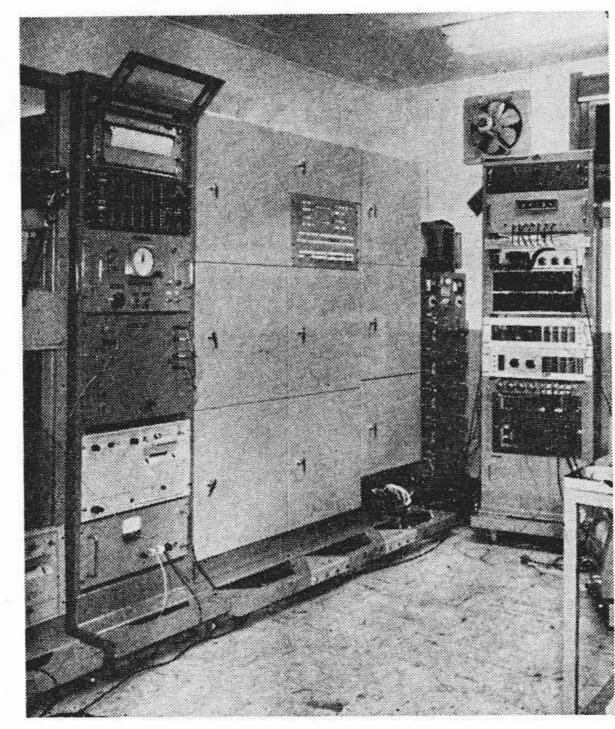
起動制御の方法として は,最初に目標の出力と, それに達するまでの炉周期 の許容最短値とを設定して 起動スイッチを投入すれ ば、制御棒が抜けて炉が自 動的に起動し,設定された

炉周期によって出力が上昇し、目標出力に安全にかつ可及的すみや かに到達するように設計してある。原子炉周期または原子炉出力の 制御は、原子炉の反応度 δk を変化させることによって実現でき、 δk は制御棒を動かすことによって増減する。 δk と制御棒位置偏差 とは近似的に比例するものとして取り扱われる。動かすべき位置偏 差量 KR は次式によって計算される。

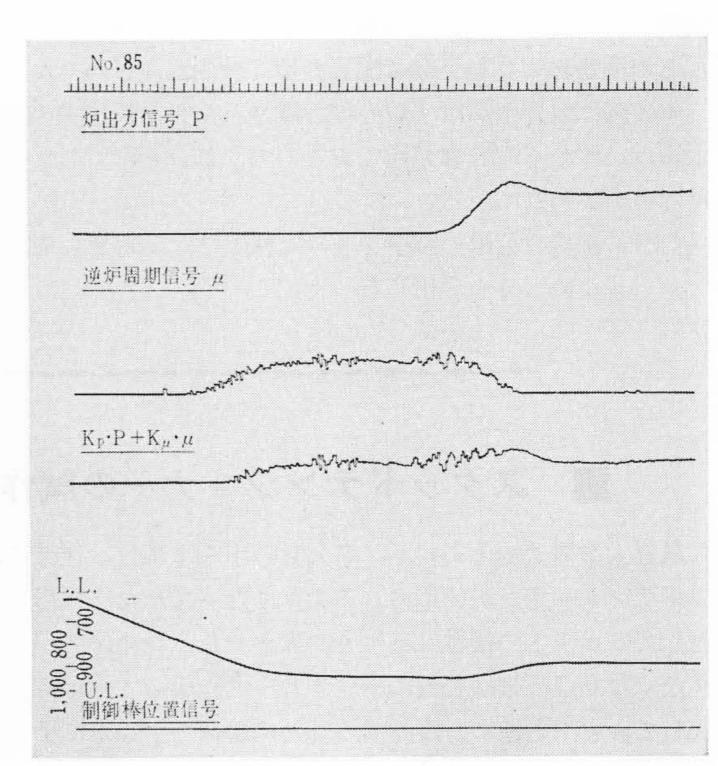
 $K_R = K_\mu \cdot \mu + K_P \cdot P - K_S$

ここで、 $\mu=\frac{1}{T}$: 逆炉周期 P: 出力 K_{μ} , K_{P} : ゲイン定数 K_s :設定値

したがって起動は終始上式に従って制御され、きわめて円滑な起 動特性が得られた。実験は、ゲイン定数、設定値をパラメータとし、 約100回の起動実験が行なわれ、これによって起動特性を明らかに した。図2はその典型的なデータで、最初は制御棒が全速力で引き 抜かれ,途中から炉周期一定制御となり,ついで炉出力一定制御へ 円滑に移行し起動が完結していることが明らかである。



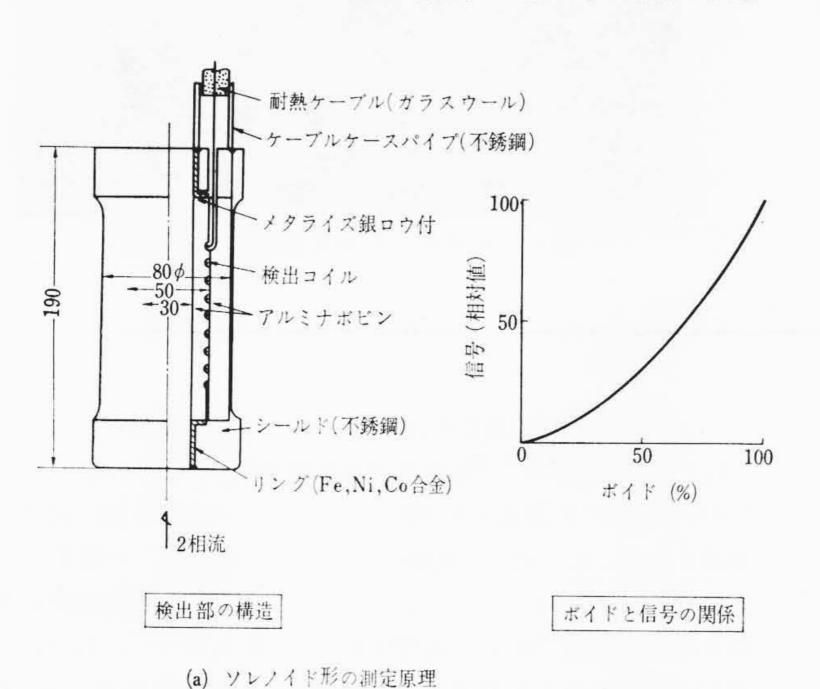
ディジタル計算制御システム 図 1



自動起動実験の典型的データ 図 2 (設定炉周期30秒, 設定出力1.2kW)

■ 原子炉用ボイド計の開発と応用

ソレノイド形とディジタル形の2種類の電気式ボイド計を開発し昭和39年来JPDRのボイド測定を行なってきた。図1に示したような耐熱,耐圧,耐放射線構造の検出部を製作し,チムニ上部とダウンカマ入口部に合計5個そう入し炉内ボイドの挙動を明らかにした。ソレノイド形においては検出コイルの心部に2相流を流すとコイルの分布容量と実効抵抗が変化しこれを信号として取り出す。信号ーボイド間の関係は図のようである。ディジタル形においては電極が気泡を貫通したときに生ずるパルス状信号の面積の時間平均としてボイドを求める。ディジタル形は精度,信頼性の点で,ソレノイド形は時間応答性の点ですぐれている。図2には信号の検出回路を示した。 $V_1 \sim V_3$ は2Mcの高周波発振, V_4 , V_5 は高周波増



幅, V_6 , V_7 は 10 kc 発振, V_8V_{10} は低周波増幅部である。原子炉用であるがゆえにブリッジ,周波数変換方式(図の \mathbf{T})などの設計に特に留意した。ディジタル形では積分回路を通った \mathbf{OUT}_2 より指示計に導く。もちろん,原子炉以外の各種装置においてボイドの定量測定に広く応用することができる。

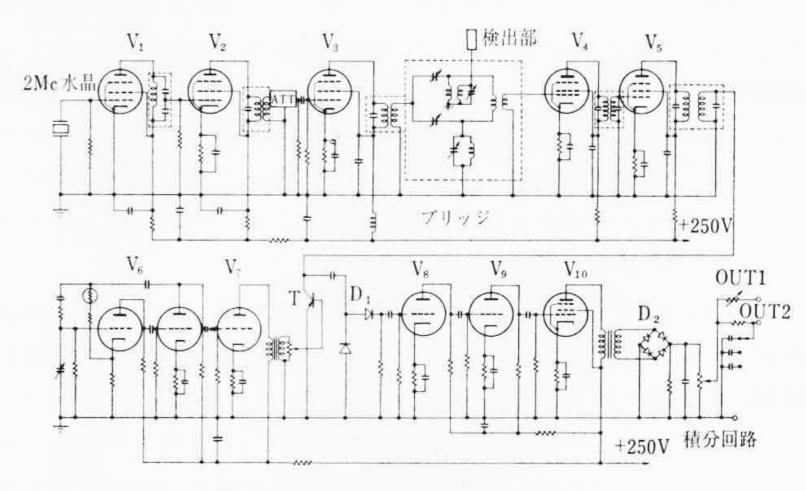
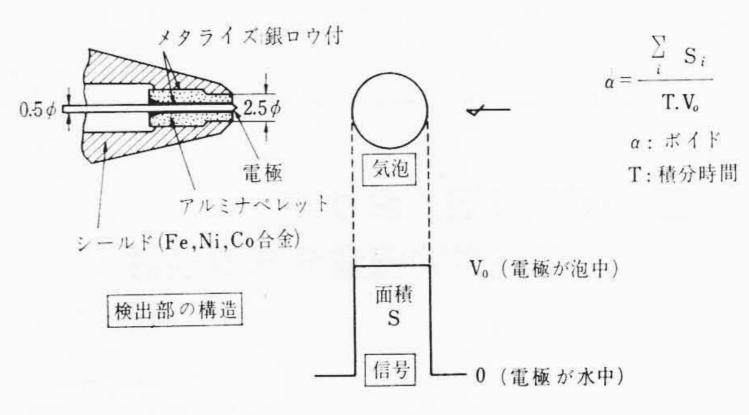


図2 ボイド計の測定電気回路



(b) ディジタル形の測定原理

図1 ボイド計の測定原理と原子炉用ボイド計検出部の構造

軽水冷却形原子炉冷却材喪失事故時の災害評価

原子炉を人口密集地帯に、どの程度近接して設置できるかは、主としてその炉心に蓄積される放射性物質が事故時にどれくらい原子炉格納容器から大気中に漏えいするかによって決められる。しかし、これまで行なわれてきた放射性物質漏えい量の計算では、熱伝達率その他の値が必ずしも十分実験的に裏づけられたものとはいえず、あまりにも安全側の値を採りすぎていたきらいがあった。将来原子力発電所をさらに経済的なものとするため、また原子力発電所を電力需要地に近接して設ける必要性を考え、計算に用いるおもな数値を実験により確かめ、軽水冷却形原子炉の最大想定事故と考えられている冷却材喪失事故の解析方法の改良を行なった。格納容器からの放射性物質の漏えい量計算では破裂あるいは溶融する燃料棒の数(これは燃料棒の温度により決まる)および格納容器内圧が重要であることを考え、本解析では特に次の点を考慮した。

- (1) 炉心スプレーの冷却効果に関する実験から、燃料棒の温度は、その表面を伝わって流れる水膜の先端位置に大きく左右されることが明らかとなったので、燃料棒はその長さ方向に細かく分割し、水膜先端位置、燃料棒温度分布を正確に求めるようにした。これにより破裂あるいは溶融する燃料棒から放出される放射性物質量の推定がきわめて正確になった。
- (2) 燃料棒温度変化および格納容器内圧変化に影響を与える冷

却材の流出は, 臨界流であることを考え, その理論的検討および 小形模型による実験を行ない, その結果を用いて流出速度を求 めた。

- (3) 格納容器内圧変化に影響を与える熱伝達率は、実験結果にもとづき、冷却材の流出速度、格納容器内圧の関数として与えた。
- (4) 計算結果は、実物の約 % 規模の模型実験装置における実験結果と比較し、計算方法の妥当性を確かめた。図1は、冷却材の流出およびスプレー開始に伴う模擬燃料棒(シースヒータ)温度変化の計算結果と実験結果との比較である。

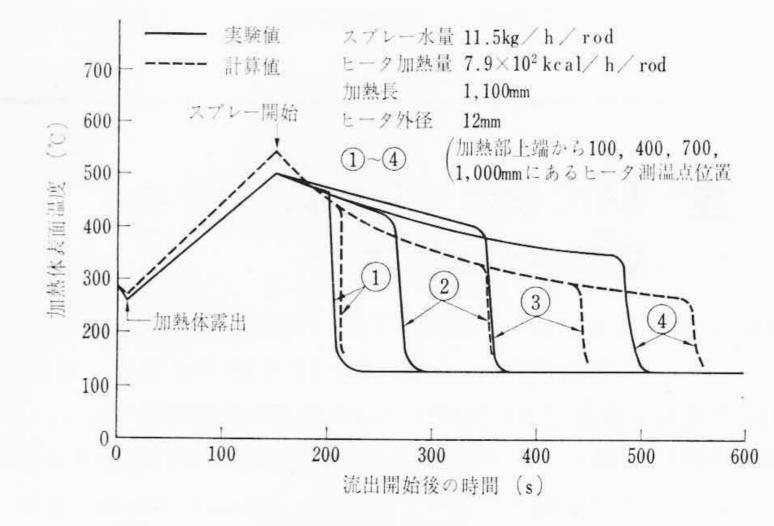


図1 加熱体温度変化の計算結果と実験結果との比較

■ 活性炭フィルタによる 放射性ヨウ素吸着性能試験

原子炉の事故を想定した場合、炉心に蓄積された放射性物質が大気中に放出され、炉周辺に放射能災害を引き起すことが考えられる。かかる災害を防ぐため原子炉には種々の災害防止装置が設けられている。なかでも活性炭フィルタは放射性物質のなかで、とくに危険性の大きい放射性ョウ素を捕集するための最も効果的な装置で、これの効率は原子炉の安全性評価の際の重要な因子の一つとされている。本試験研究は、軽水形原子炉事故時における活性炭フィルタの放射性ョウ素除去効率を明らかにし、さらに活性炭フィルタの設計の基礎資料を得るためのものである。

直径8cmの円筒形フィルタ素子に活性炭を充てんした試験用活性炭フィルタを試作し、これに事故時のヨウ素濃度、温度、湿度を模擬した条件下において、放射性ヨウ素ガスを通気した。活性炭フィルタのヨウ素吸着性能はフィルタに捕集された放射性ヨウ素の γ線 測定によって行なわれた (図1)。この結果A社製の国産活性炭を吸着材とする厚さ 2.0 cm の活性炭フィルタによって空気中に存在する極微量の放射性ヨウ素の 99.8% 以上のものが除去され、さらに活

性炭フィルタの厚さを増すことにより99.99%以上のものが除去されることが明らかになった。これの性能は諸外国で使用されている活性炭フィルタのそれに匹敵するものである。さらに活性炭フィルタの厚さおよび線速度とこれのヨウ素除去効率および圧力損失などの関係を明らかにした。

本試験研究は、40年度原子力委託費によって行なわれたが、引続き 41年度は実用規模の大形活性炭フィルタを試作し、これの性能確定試験を行ないつつある。

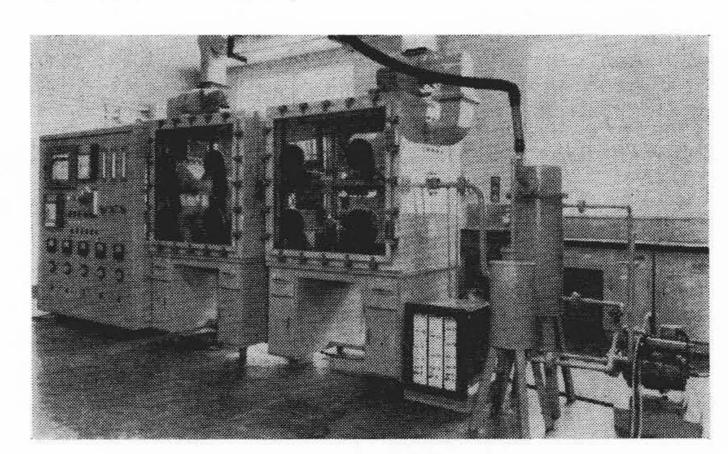


図1 放射性ヨウ素吸着性能試験装置

■ HTR 周辺における 放射線空間線量分布の検討

動力炉では炉心からの放射線の寄与以外に炉周辺に配置されている付属機器施設が放射能を持つことがあり、これらを含めて遮へい設計しなければならない。このためには炉心から直接くる放射線に対する1次遮へい設計でなく、2次遮へいに対する設計法で行なわれなければならない。しかるに、この設計法はいまだ確立されていない。ここでは、この設計法として表面線源法を開発した。この方法は1次遮へい体表面の線量分布を知って2次遮へい体を設計する計算法である。この計算法の特長は次のとおりである。

- (1) 従来の方法は線源形状の軸方向と横方向にのみ適用できたが、この方法はこれら両方向のみならず、これらからはずれた非対称な点の計算にも適用できること。
- (2) 従来の方法では角筒や円筒線源形状にはいずれも類似形状を用いての近似式を使用することが多かったが、この方法は近似が入らず、形状が正確に考慮されること。
- (3) 従来の方法は線源の角度分布が考慮されていなかったが、 この方法は線源中心と線源表面の放出点とを結ぶ直線のま わりの角度の余弦のn乗(nは0か偶数)分布として考慮さ れていること。
- (4) この設計法は2次遮へい設計のみならず、1次遮へい体設

計や空間線量分布計算にも適用できること。

以上により HTR (日立教育訓練用原子炉, スイミングプール形 100 kW 出力) 炉頂部と炉側面周辺のガンマ線量分布に適用し, 実測値と比較した。図1は炉頂部1m上の実測値とこの計算による等線量曲線の比較図である。なお、計算値に用いた表面線源束は炉頂部0mの実測値である。角度分布は n=0, 2, 4……のおのおのを検討し、これらの1次結合も考えたうえで比較した結果、 n=4 が最もよい一致を示すことが明らかになった。

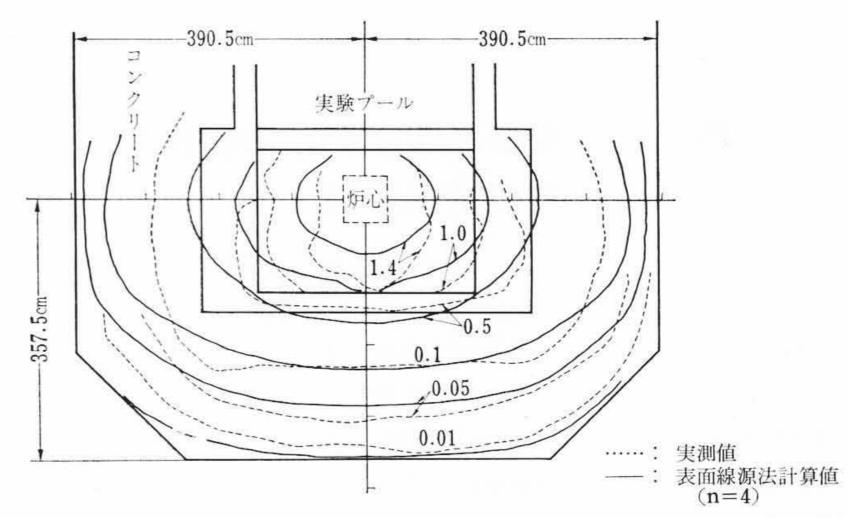


図 1 HTR 炉頂 1 m 上のガンマ線分布 単位 mr/h, 100 kW 定常運転時

■ TAIC 研ホットセルにおける 燃料の評価試験

TAIC 研究所の日立教育訓練用原子炉 (HTR) は出力 100 kW のスイミングプール形原子炉で、昭和36年12月25日に臨界に達し、昭和41年8月末現在で300 MWH (6,000 時間) の運転歴がある。

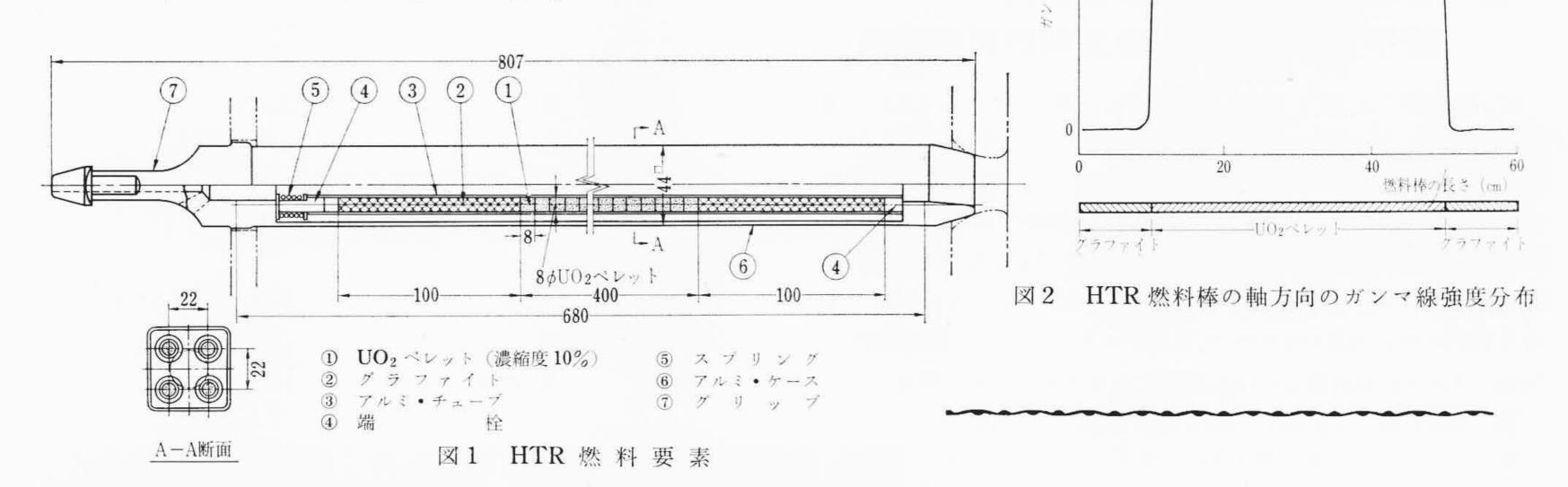
HTR の燃料要素はプール水面下 5.5 m の炉心に鉛直にそう入されている。その形状は図1に示すとおりで、全長は約80 cm、重量は約1.7kgである。燃料要素は図1に示すようにピン状の燃料棒4

本よりなり、各燃料棒は中心間距離 $22 \, \text{mm}$ の間隔で組み立てられており、その間げきを冷却水が通る。燃料棒は直径 $8 \, \text{mm}$ 、長さ $8 \, \text{mm}$ の二酸化ウラン・ペレット $50 \, \text{個と}$ 、直径 $8 \, \text{mm}$ 、長さ $100 \, \text{mm}$ の黒鉛棒 $2 \, \text{本をアルミニウム被覆管に入れたものである。}$

臨界以来 HTR で使用してきた燃料要素の照射後試験を昭和39年 秋に計画した。試験対象とした燃料要素は昭和39年11月に炉心から抜出すまで、最高熱中性子束 1.5×10¹² n/cm²・s で間欠的に照射し、250 MWD/T の燃焼をしていた。照射中の二酸化ウラン・ペレットの中心温度は200℃以下である。燃焼要素の放射能の減衰を待 つため約600 日間 HTR 炉心プール中に保管貯蔵した後, HTR 付属ホットケーブに搬入して照射後試験を開始した。試験項目は外観検査, 非破壊検査, 燃料組織検査, 燃焼度測定, 核分裂生成物の測定, 被覆管検査などで, 現在試験が進行中である。

図 2 は燃料棒の軸方向ガンマ・スキャンニングのデータを示したものである。このガンマ放射能の分布は放射化法で測定した HTR 炉心の熱中性子束分布と一致する。燃料棒中に残留している核分裂生成物は、そのエネルギから Sr^{90} - Y^{90} , Zr^{95} -N6 95 , Ru^{106} - Rh^{106} , Cs^{137} - Ba^{137m} . Ce^{144} - Pr^{144} であることがわかった。

· (7)



■ ガスループによる燃料照射実験

TAIC 研究所の原子炉 (HTR) で運転中の常圧貫流形へリウム・ループで、 UO_2 燃料が燃焼する際にヘリウム気流中に放出される核分裂生成ガス (Kr^{85m} , Kr^{87} , Kr^{88} , Xe^{133} , Xe^{135m} , Xe^{135} , Xe^{138}) の測定が行なわれている。原子炉内で UO_2 が燃焼している間に、燃料温度を変化させる実験に重点がおかれ、被覆燃料の安全性検討に資するデータを集積中である。

図1に燃料温度を150℃に保持したときの Kr^{87} の照射中の放出特性を例示した。この温度では核分裂に伴う反跳のエネルギで核分裂生成ガスが UO_2 燃料から放出されることが知られているが,照射中にその放出速度が次第に増しており反跳そのものだけでは説明できないことを示した。そして,被覆燃料に対して時間依存性をもつ二次的な放出機構の設計を示唆するものである。こうした反跳による放出は燃料温度 800℃ 程度でのガス放出の基礎を与えるものとして検討された。一方,1,500℃ 以上での照射実験のために UO_2 燃料の中心にタングステン棒を通し,低電圧電流で加熱するガスループ用照射要素が完成した。この照射要素を使った実験で,拡散によるガス放出だけでなく, UO_2 燃料の組織変化や蒸発が核分裂生成ガスの放出にどのように関与するかを明らかにする実験データが得られるものと期待されている。

■ 日本原子力研究所納 国産一号炉 (JRR-3) 計装燃料の製作

JRR-3は完成以来順調に運転されているが、日本原子力研究所ではさらに詳細な検討を行なうため、計装用の燃料の製作が計画された。計装燃料で確認しようとする項目は次のとおりである。

- (1) 炉心タンク内の温度分布
- (2) 炉心タンク内の中性子束分布

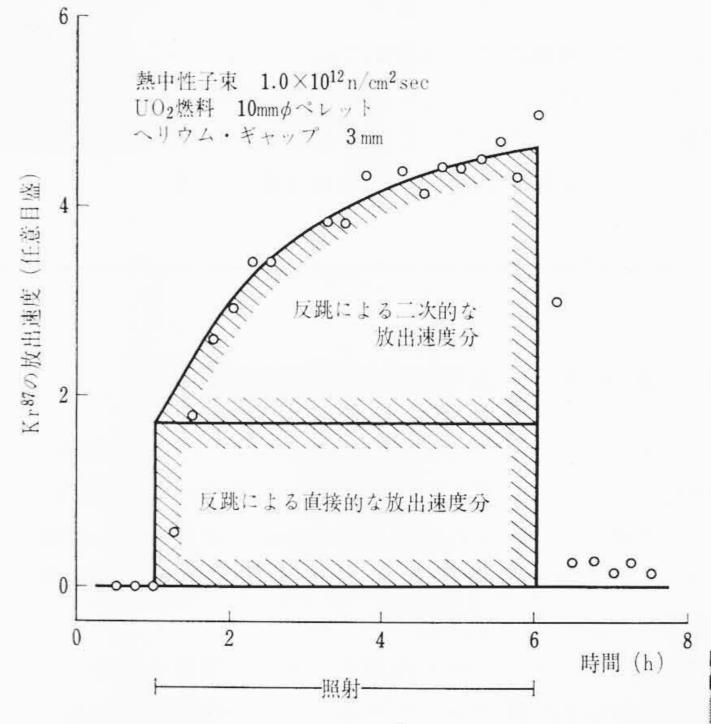
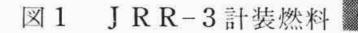


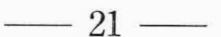
図1 反跳による核分裂生成ガスの放出速度

JRR-3 の燃料棒は天然ウラン金属をアルミニウムで被覆したものを3本つなぎ、外部に冷却管をかぶせさらに上部に遮へいプラグを取り付けたものであるが、計装燃料は炉心のいかなる所へでもそう入可能とするため、外形はほとんど在来の燃料棒と同じにしてある。

温度分布を測定するためには燃料の被覆表面と冷却管内の重水の温度各6点を測定する熱電対を取り付けている。

中性子束測定機構は燃料体冷却管外面付近の軸方 向の中性子束分布および中性子束密度を測定するも ので、内径8mmφのアルミニウム管をU字状に曲 げたもの2組を遮へいプラグを貫通して全長にわた





日

って取り付け、上から照射用ワイヤを引き込み測定を行なう。ワイヤによる照射が不要になった場合はこの中にサンプルを封入した速球式カプセルをそう入することもでき、また照射用ラビット式カプセルを圧縮空気により送り込むこともできる。

これらの取扱いを安全確実に行なうために取扱容器を設けているが,これは鉛,ボラルなどで遮へいした容器の中に,前述のワイヤの巻取り装置,ラビットカプセル用の空気源装置ならびにカプセル受けなどをそなえている。

■ 日本原子力船開発事業団納 原子力第一船臨界実験用燃料棒完成

日立製作所では,原子力第一船臨界実験用燃料棒として 2.7 % 濃縮ウランペレット 装てん成形燃料棒 726 本および 模擬燃料棒 10 本を完成し日本原子力船開発事業団に納入した。この燃料棒は日本原子力研究所の臨界実験装置 (TCA)での 臨界試験に 用いられ, 船用原子炉核設計の確認および設計の改善に役立たせるものである。本燃料棒は U²³⁵ の濃縮度 2.7 % の円柱形 二酸化ウランペレット, 全長で 520 mm を肉厚 0.4 mm の 低コバルトステンレス 鋼被覆管 に収め,ペレットの両端部には反射体としてポリエチレン棒を,その

上部にアルミウールを装てんしたものである。被覆管の下端にはエンドプラグが溶接され、また上端にはアルミ製のトッププラグがピン止めされており、0リングで二重封じになっていて、運転条件下においては、内外圧に対してリークタイトの構造となっている。なお燃料棒内には常圧のHeガスが封入されている。これらの燃料棒の仕様は実際に船用原子炉の炉心に用いられるものと同

じであり、本体用の試作的意義も含まれている。図1は燃料棒の外 観を示したものである。

主 要 仕 様

(1) ペレット

濃縮度
法(mm)
2.7%
3.6 \$\phi \times 20 L

燃料棒内ペレット全長(mm) 520 燃料棒内ペレット全重量(g) 391

(2) 被 覆 管

寸 法(mm) 9.73ϕ (I. D) × 0.4t × 1,116

(3) 成形燃料棒

全 長(mm) 1,876

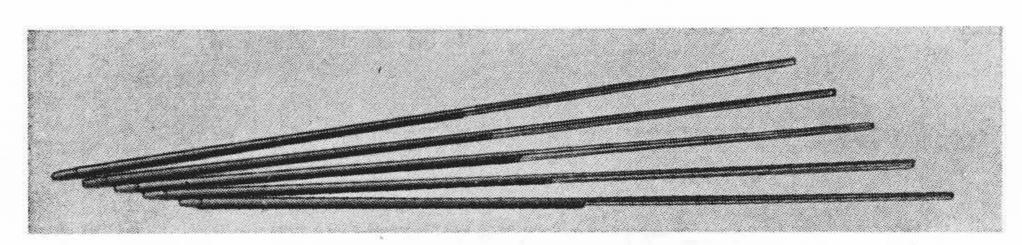


図1 原子力第一船臨界実験用の燃料棒

■ ナトリウム循環予備試験装置

日本原子力研究所と日立製作所日立研究所とのナトリウム技術に 関する協同研究は、従来日立研究所内で行なわれてきた。本装置は 日立研究所が従来積み重ねてきた技術を基本とし、従来製作した装 置について得られた実績とそれをさらに改良して製作され、日本原 子力研究所金属研究室に納入されたものである。

日本原子力研究所ではナトリウム冷却形高速炉の開発を進めており,42年度には熱出力2MWのナトリウムループの建設計画が具体化する予定であり,本装置は2MWナトリウムループの予備試験ループである。

装置は主回路、ナトリウム精製系、ナトリウム純度測定系からなる。回路はできるだけ簡単になるように、運転しやすいように設計された。 運転温度は 300~400℃で、主回路の配管は外径 89.1 ∮で一部に 25.4 ∮の部分があり、89.1 ∮のナトリウム用配管はわが国における最初の最大管径である。配管の熱膨張は配管自体のたわみ性で吸収される。本装置には回路にナトリウムを流す電磁ポンプが 2台、電磁流量計が 3台、ナトリウムの体積変化を吸収する膨張タンク、回路全体のナトリウムを収容できるストレージタンク、ナトリウムを精製するコールドトラップ、ナトリウム純度を測定するプラギングインジケータおよび弁類などがある。従来の運転経験からコールドトラップの冷却能力を増加するため冷却フィン面積を大きくした。プラギングインジケータは工作容易な構造にするとともに、

測定部のピンを改良した。タンクの液面計として日立研究所で開発したコイル式と触針式の液面計を採用した。弁類はグランド部からの漏えいを皆無とするためベローズシール式とし、外部に予熱用のヒータを取り付ける必要があるので、弁の数を極力少なくし予熱にはスペースヒータを採用した。また万一、ナトリウムが床にこぼれるとコンクリートを破損するので、各機器、配管の下部にはすべて鋼板製の受け皿を設け、万一の場合に備えた。架台上にある機器、配管に対しては架台床板が受け皿になっている。ただしこれまでの経験からすれば、大量のナトリウムが一時に飛散するようなことはない。図1に本装置の保温取り付け前の外観図を示す。

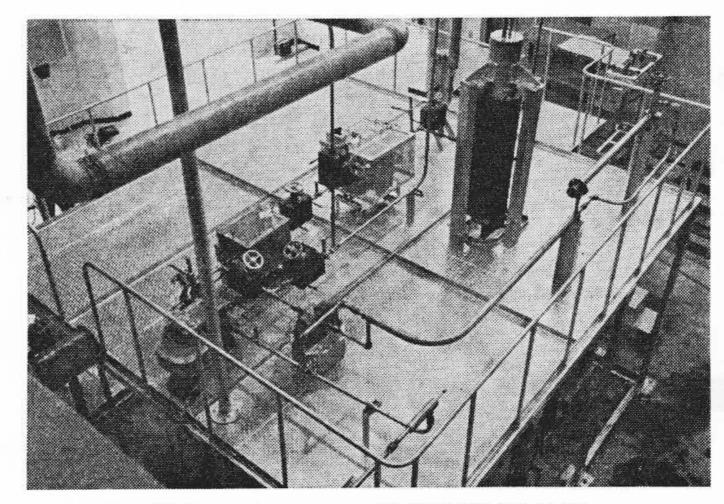


図1 ナトリウム循環予備試験装置

■ プラズマ研究用 高磁界発生装置

本装置は九州大学応用力学研究所に納入された比較的高密度のプラズマの性質を研究するための高速熱気流装置の制御磁界を形成するものである。

装置はコイル部,直流電源部,制御部から構成され,コイルは各コイルブロックの導体占積率を従来のものに比べ約5%向上せしめ,電流密度を高く採った。

表1 主 要 仕 様

項	目	仕	様
磁 東 密	度	10 k Gauss	
有 効 内	径	$65~\mathrm{mm}\phi$	
コイルブロッ	ク数	5	
コイル可動	範囲	1,000 mm	
使 用 定	格	連続	
電 源 容	量	DC = 150 kW (220 V)	
所 用 冷 却 ;	水 量	35 <i>l</i> /min	
冷 却 方	式	中空銅線直接水冷方式	

直流電源は電動発電 機方式を採用し、SCR 励磁方式としている。

本装置は 10k Gauss 級の磁界発生装置とし て実験室規模に適した ものということができ る。

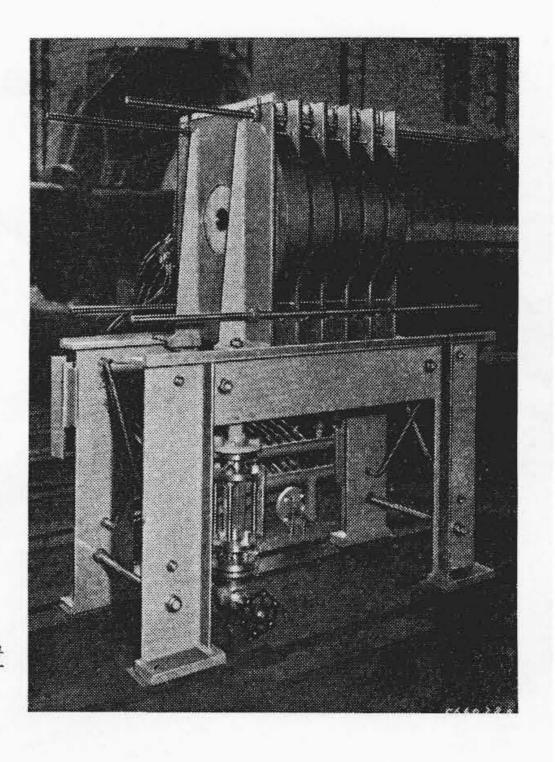


図1 空心コイル装置

■ 高気圧コッククロフト形加速器の開発

電子照射用の加速器としては、研究用としてバンデグラーフ形加速器が多く使用されてきたが、その電流容量は数 $100~\mu$ A 程度で実用上これに代わるべき mA オーダの加速器が要求されている。

今回開発した加速器は、高気圧コッククロフト形で段数は20段で、その仕様は最大定格3 MeV、5 mAで連続定格2.5 MeV、4 mAである。図1は高圧タンクを取り去った加速器本体部を示すものである。フープを取り付けた絶縁支柱の内部には、セレン整流器とコンデンサを主体とする対称形コッククロフトおよび、加速器があり、頂部の高圧電極内には電子銃およびその電源が内蔵されている。またタンクベースの下部には真空装置とスキャンナがある。

本器は電圧,電流とも記録品であり,高圧タンク内に収納する関係上コンデンサは小容量のものとしなければならない。このため電源周波数はコッククロフトとしては初めての10kc出力のものを採用した。通常このような多数段のコッククロフトでは電圧効率が,

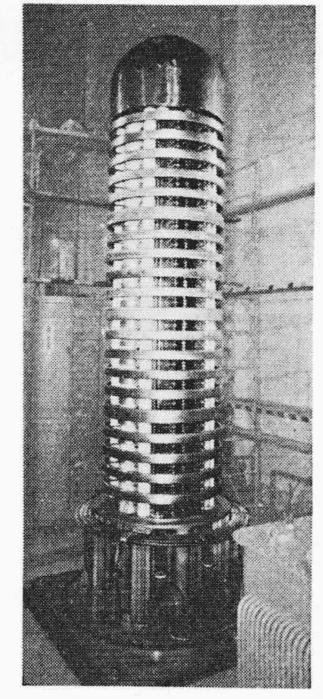
70% 程度できわめて悪いため,5段ごとに電圧補償用のリアクトルをそう入しこれを100%とした。

電圧安定装置は回転電圧計の出力を検 出し,高周波発電機の界磁電流を制御して,コッククロフトの発生電圧を安定させる方式である。その結果 ±1% の安定度を得た。

本器は連続ビーム運転もパルスビーム 運転も可能で簡単に制御盤から切り換え られる。

本器は日本原子力研究所高崎研究所の 2号加速器として納入され,中間規模の 工業試験に使用されている。





■ ラジオグラフィ・リニアク

板厚 200 mm 以上の鉄板溶接部や鋳鋼品の欠陥検査の必要が生じているので、国内初の可搬式ラジオグラフィ・リニアクを作り、図1のように工場で使用した。このリニアク(エネルギ 5 MeV、X線出力 500 レントゲン/分)は従来のX線装置やベータトロンに比べてけた違いに強力なもので、板厚 450 mm の鉄板の写真を 2 時間でとつた記録品である。工場持込の翌日には定格出力での検査ができて使いやすさを実証した。厚板とすみ肉溶接部の撮影を行なって、電気出力 1,000 MW までの原子炉容器の欠陥検査はすべてこのリニアクで可能であることがわかった。

このリニアクの加速部は首振可能の台車上にのせられ、電源は固体電子化された加速電子流の急速制御ができる3極電子銃方式を採用し、グリッド電流には固定パルス電圧と可変直流電圧とを重ねる新方式を開発して電源の簡易化ができた。

このリニアクは, 国内での最強力 X線源であることから, 日本鋳

鋼会 DIC 委員会の行 なった舶用鋳鋼品の欠 陥検査に使用されて, 板厚最大 390 mm の 放 射線検査ができた。 大のできた。原子 力研究委員会の行な射 を不容 が展子炉容器の放射東 京都立工業奨励館と 京都立工業奨励館と 関果,板厚 200~400 mm で透過度計識別度が 1%より良いことが実 証された。

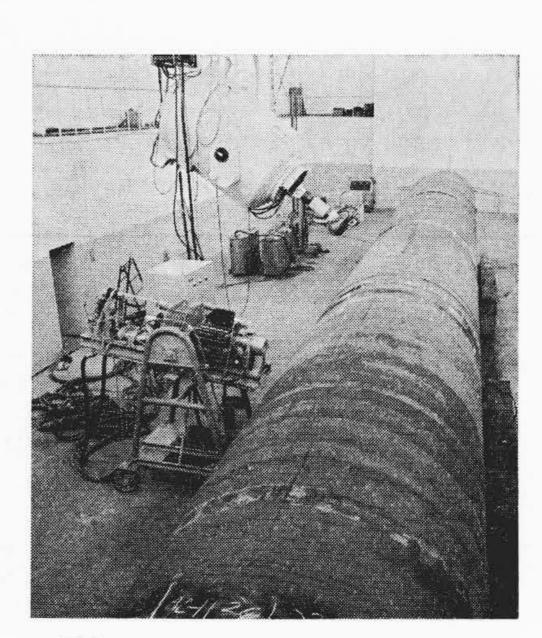


図1 リニアクの工場での使用状況